



Le Thorium Molten Salt Reactor : Au-delà du MSBR

L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard, J.M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, J. Wilson, et al.

► To cite this version:

L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard, et al.. Le Thorium Molten Salt Reactor : Au-delà du MSBR. 2005, pp.1-11. in2p3-00023859

HAL Id: in2p3-00023859

<https://hal.in2p3.fr/in2p3-00023859>

Submitted on 11 Mar 2005

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Le Thorium Molten Salt Reactor : Au delà du MSBR

L. Mathieu, D. Heuer, A. Billebaud, R. Brissot, C. Le Brun, E. Liatard,
J.-M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin et J. Wilson,
Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie ,
53, avenue des Martyrs, F-38026 Grenoble Cedex, France
e-mail : mathieu@lpsc.in2p3.fr

C. Garzenne, D. Lecarpentier, E. Walle,
EDF-R&D, Département SINETICS,
1 av du Général De Gaulle, 92140 Clamart, France

Résumé

La ré-évaluation du concept de Molten Salt Breeder Reactor a fait apparaître des problèmes liés à la sûreté et à la complexité du retraitement. Une nouvelle réflexion est menée afin de trouver des solutions et ainsi d'aboutir au concept du Thorium Molten Salt Reactor. Plusieurs contraintes principales sont établies et vont servir de guides aux études paramétriques. Celles-ci permettent alors de comprendre l'influence de paramètres importants du cœur sur le comportement du réacteur. Le but de cet article est de présenter ce vaste domaine de recherche et d'indiquer quelles configurations intéressantes de Réacteurs à Sels Fondus peuvent être étudiées plus avant.

Introduction

Afin de réduire les émissions de CO₂ dans les prochaines décennies et ainsi limiter le réchauffement climatique, il semble nécessaire de stabiliser voire réduire l'utilisation des combustibles fossiles. Le recours à l'énergie nucléaire dans une version durable peut être une solution pour remplacer une part de la production d'énergie classique, et ainsi satisfaire l'augmentation de la demande énergétique mondiale tout en préservant climat et ressources naturelles. Le forum international sur les réacteurs nucléaires du futur Generation-IV[1] a établi les conditions que devait respecter ce nucléaire durable : une sûreté améliorée, la prise en compte de l'aval du cycle du combustible, une valorisation optimale du minerai d'uranium ou de thorium, une conception résistante à la prolifération, une meilleur compétitivité économique... Les Réacteurs à Sels Fondus (RSF), retenu par Generation-IV, sont basés sur l'utilisation d'un combustible liquide, ce qui est fondamentalement différent de la technologie à combustible solide actuellement utilisée. Certains avantages propres aux RSF (en terme de sûreté par exemple) découlent directement de cette particularité [2]. Ce type de réacteur est en outre particulièrement adapté à l'utilisation du cycle thorium (Th/²³³U) qui a l'avantage de produire moins d'actinides mineurs que le cycle uranium/plutonium (²³⁸U/²³⁹Pu) [3, 4].

Par ailleurs, alors que le cycle U/Pu ne peut être régénérateur qu'en spectre rapide, le cycle Th/²³³U peut en principe l'être avec un spectre neutronique plus ou moins modéré. En spectre thermique, l'empoisonnement dû aux Produits de Fissions (PF) étant plus important qu'en spectre rapide, la fréquence de retraitement du combustible peut devenir un problème majeur. Or dans un RSF l'utilisation d'un combustible liquide permet l'extraction des PF en continu. Bien que les RSF puissent fonctionner en mode incinérateur, on les considérera dans cet article uniquement en tant que réacteurs critiques producteurs d'électricité.

En 1964, le Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) voit le jour à l'Oak Ridge National Laboratory. D'une puissance de 8 MWth, il fonctionne durant plusieurs années avec différents combustibles (²³⁵U puis ²³³U). L'expertise apportée par cette expérience a conduit à l'élaboration d'un projet de réacteur de puissance, le Molten Salt Breeder Reactor (MSBR [5]) dans les années soixante-dix. Les études ont montré que la régénération du combustible était possible en cycle thorium et en spectre épithermique, à condition d'effectuer en ligne un retraitement chimique du sel très performant et donc très contraignant. Depuis plusieurs années, le projet MSBR est ré-évalué à la lumière de nouvelles méthodes de calcul [3, 4] afin de développer un autre concept de réacteurs que nous appellerons le Thorium Molten Salt Reactor (TMSR).

Le MSBR souffrait de plusieurs inconvénients majeurs qui ont conduit à l'abandon du projet. Son but étant d'obtenir la meilleure régénération possible, le retraitement chimique en ligne envisagé demandait que l'ensemble du combustible soit retraité en 10 jours, et était donc très complexe [6]. De par cette complexité, ce projet est souvent considéré comme irréalisable. Ensuite, les récents calculs ont montré pour ce système un coefficient de température total légèrement positif. Ce résultat est en contradiction avec ce qui avait été présenté à l'époque. La différence est sans doute due au traitement homogène des compositions utilisé alors, contrairement au traitement hétérogène réalisé aujourd'hui. Ce point critique fait du MSBR un réacteur possiblement instable.

Le but de cet article est de proposer des solutions à ces pro-

blèmes. Nous essayons de trouver de meilleures configurations de réacteur en définissant plusieurs contraintes, détaillées dans la première partie de ce travail. La partie suivante présente l'impact sur ces contraintes des différents paramètres du réacteur que sont le retraitement, la taille des canaux, le volume du combustible et la proportion du sel en Noyaux Lourds (NL). Une synthèse de ces études est proposée en dernière partie.

Ces études sont basées sur le couplage entre un code de transport de neutron (MCNP [7]) et un code d'évolution des matériaux. Le premier calcule le flux et les taux de réaction dans toutes les cellules, tandis que le second résout les équations de Bateman pour l'évolution de la composition des cellules. Ces calculs prennent en compte les paramètres d'entrée (puissance, criticité, chimie...) en ajustant régulièrement le flux de neutrons ou la composition du coeur. Basés sur une géométrie précise et prenant en compte plusieurs centaines de noyaux, leurs réactions et leurs décroissances radioactives, ces calculs permettent une grande finesse dans l'interprétation des résultats. Tous ce qui est présenté dans cet article est obtenu après une évolution du réacteur sur une période de 100 ans.

1 Contraintes

Nous définissons cinq contraintes majeures pour nos études : la sûreté, la faisabilité du retraitement, les capacités de régénération, la tenue des matériaux et l'inventaire initial. Il est possible d'en définir d'autres, telles que la minimisation de la production de déchets, les aspects de thermohydraulique ou la non-prolifération de matière fissile, mais nous nous concentrons principalement sur les cinq premières. Notre but est de comprendre l'influence de différents paramètres définissant le réacteur sur ces contraintes. Ce faisant, il sera possible de trouver les meilleures configurations de réacteur selon le poids affecté à chacune d'elle.

1.1 Sûreté

Cette contrainte concerne principalement l'étude des coefficients de contre-réaction en température. L'étude des aspects plus cinétiques de la sûreté n'est pas prise en compte ici. De plus, les changements que nous apportons au concept ne modifient pas profondément les autres caractéristiques de sûreté des RSF, telles que la vidange du combustible ou l'absence de fortes pressions.

Ces coefficients de température $\frac{dk}{dT}$ expriment de manière générale la variation du coefficient de multiplication (dk) pour une variation de température (dT) du coeur ou d'une partie du coeur. Le coefficient de température total peut être décomposé en plusieurs coefficients secondaires fortement décorrélés, caractérisant chacun la variation d'un paramètre particulier : les effets de dilatation du sel, et les effets purement thermiques du sel¹ et du graphite. On obtient ainsi :

$$\left(\frac{dk}{dT}\right)_{total} = \left(\frac{dk}{dT}\right)_{densite} + \left(\frac{dk}{dT}\right)_{Doppler} + \left(\frac{dk}{dT}\right)_{graphite}$$

¹ L'échauffement du sel conduit à l'élargissement des résonances par effet Doppler et à une modification de la thermalisation par le sel. Ces deux effets seront cependant regroupés sous l'appellation unique de "Doppler".

Pour avoir un réacteur intrinsèquement sûr, une augmentation de température ne doit pas entraîner une hausse de la réactivité et donc de la puissance fournie par fission. C'est pourquoi le coefficient $\left(\frac{dk}{dT}\right)_{total}$ doit être négatif. Le graphite, chauffé par rayonnement gamma et refroidi par le sel, a une cinétique thermique beaucoup plus lente que le sel. Compte tenu de ce retard entre échauffement du sel et du graphite, le coefficient concernant uniquement le sel, c'est à dire la somme $\left(\frac{dk}{dT}\right)_{densite} + \left(\frac{dk}{dT}\right)_{Doppler}$, doit lui aussi être négatif. La sûreté peut encore être accrue si l'on considère un coefficient de densité négatif. Cela signifie alors qu'une diminution locale de densité, causée par exemple par le passage d'une bulle, conduit à une diminution de la réactivité du système.

L'incertitude sur ces valeurs dépend d'erreurs statistiques, bien connues et pouvant être réduites, mais également d'erreurs systématiques non quantifiées, par exemple liées à l'évaluation des sections efficaces. Pour cette raison, les coefficients de température doivent être suffisamment négatifs pour assurer sans ambiguïté la stabilité.

1.2 Faisabilité du retraitement

Le terme de faisabilité du retraitement traduit la complexité de celui-ci. En effet certains procédés d'extraction sont considérés comme trop difficiles à mettre en oeuvre. Cela peut venir de plusieurs aspects : procédés utilisés mal connus ou mal maîtrisés, flux de matières à traiter trop importants, couplage direct avec le coeur...

L'objectif est d'obtenir le système le plus simple compatible avec les autres contraintes. En particulier, on veillera à ne pas trop détériorer les capacités de régénération du système.

1.3 Capacités de régénération

Le taux de régénération exprime la balance entre la production d'²³³U par capture sur le ²³²Th, et sa disparition par fission ou capture. Le taux de régénération pour un réacteur critique est donc donné par la formule :

$$T_{reg} = \frac{\tau_{c,232Th} - \tau_{c,233Pa}}{\tau_{f,233U} + \tau_{c,233U}}$$

avec τ_c et τ_f respectivement les taux de capture et de fission des différents isotopes.

Un taux de régénération inférieur à 1 implique une consommation d'²³³U et nécessite d'alimenter régulièrement le coeur en matière fissile. Cela entraîne inévitablement un accroissement des quantités et des fréquences des transports de ces matières dangereuses. De la même manière, une surgénération amène à devoir stocker ou transporter l'²³³U produit en surplus. L'inventaire initial de matière fissile devant être produit par d'autres moyens (comme par exemple les filières des Réacteurs à Eau Pressurisée ou à Neutrons Rapides), il n'est pas nécessaire d'obtenir la surgénération la plus élevée possible.

Pour satisfaire la contrainte de régénération, nous essayons donc de garder un taux de régénération au moins égal à 1, sachant que les éventuels neutrons supplémentaires peuvent toujours être valorisés (amélioration de la sûreté, possibilité de transmutation,...).

1.4 Tenue des matériaux

Cela concerne en particulier le comportement du graphite sous irradiation. Au-delà d'un certain endommagement, celui-ci est le siège de phénomènes de gonflement. La durée de vie du graphite est déterminée par le temps nécessaire pour atteindre une fluence limite, que nous prendrons égale à $2 \cdot 10^{22} \text{ n/cm}^2$ à la température de 630°C [8]. Dans ce calcul ne sont comptabilisés que les neutrons supérieurs à 50 keV, c'est à dire ceux créant de réels dommages au graphite.

On s'attachera pour cette contrainte à ne pas avoir une durée de vie trop courte ce qui signifierait un renouvellement fréquent du graphite du coeur.

1.5 Inventaire initial

Cet inventaire représente la quantité d' ^{233}U nécessaire pour pouvoir démarrer un réacteur d'une puissance totale de 1 GWe. Plus il est faible et plus rapide pourra être le déploiement d'un parc de tels réacteurs [9][10].

Sans exclure les configurations à grands inventaires, on cherchera à minimiser celui-ci.

Toutes ces contraintes ne sont pas équivalentes et un poids peut être affecté à chacune d'elle. Celui-ci dépend des technologies disponibles et des objectifs gouvernant les choix de réacteurs. Comme les performances d'un système dépendent des poids affectés à ces contraintes et des capacités à y répondre, il n'est pas possible de définir la meilleure solution mais seulement de mettre en lumière certaines tendances intéressantes. Cela permet alors une meilleure compréhension du système en vue d'une définition d'un réacteur de puissance (contraintes fortes) ou d'un démonstrateur (contraintes plus faibles).

2 Influence des paramètres sur les contraintes

Nous allons discuter ici de l'impact de différents paramètres sur les cinq contraintes décrites plus haut. Afin de pouvoir comparer les systèmes que nous étudions, il est utile de définir un système standard autour duquel s'articuleront les différentes études.

Le réacteur considéré est un réacteur de 1 GWe modéré au graphite. La température de fonctionnement est de 630°C et le rendement thermodynamique de 40%. La matrice de graphite est composée d'un réseau d'éléments hexagonaux de 15 cm de côté et mesure 3.20 m de diamètre comme de hauteur. La densité de ce graphite de qualité nucléaire est prise égale à 1.86. Le sel passe au centre de chaque élément dans un canal dont le rayon est de 8.5 cm. Sur les 20 m^3 de sel combustible, un tiers est situé dans les circuits externes donc hors du flux de neutrons. Une couverture radiale composée de thorium et de graphite entoure le coeur afin d'améliorer les performances de régénération du système. Quelle que soit la structure de cette couverture, elle a pour propriété d'arrêter environ 80% des neutrons et ainsi de protéger les structures externes tout en favorisant la régénération. On suppose que l' ^{233}U qui y est produit est extrait dans une période de 6 mois.

Le sel utilisé est un sel binaire, $\text{LiF} - (\text{NL})\text{F}_4$, dont la proportion de $(\text{NL})\text{F}_4$ est prise égale à 22% (eutectique), ce qui correspond à un point de fusion de 565°C . La densité du sel à 630°C est prise égale à 4.3 et son coefficient de dilatation à $10^{-3}/^\circ\text{C}$ [11]. Un bullage d'hélium dans le circuit de sel est supposé permettre l'extraction en 30 secondes des Produits de Fissions gazeux et des métaux nobles. Le retraitement standard considéré est un retraitement en ligne de la totalité du volume de sel en 6 mois, avec stockage externe du Pa et extraction totale des PF comme des TRansUranien (TRU).

2.1 Influence du retraitement

2.1.1 Principe du retraitement lent différé

Comme il a été dit précédemment, le retraitement du MSBR est considéré comme trop complexe pour être réalisable dans les prochaines décennies. Les performances de ce retraitement s'appuyaient principalement sur le stockage hors flux du protactinium en vue d'éviter au maximum la formation d' ^{234}U par capture neutronique. La demi-vie du ^{233}Pa étant de 27 jours, l'extraction devait être sensiblement plus rapide pour rester efficace. C'est pourquoi un retraitement en 10 jours de la totalité du coeur était envisagé.

Toute la difficulté du retraitement provient de l'extraction des Produits de Fissions en présence de thorium. L'idée du retraitement lent est d'extraire ce thorium préalablement, de manière à ne pas être gêné par celui-ci lors de l'extraction des PF. Cette méthode n'était pas applicable dans le cas du retraitement MSBR en raison des flux de thorium considérés. Ce flux s'élevait à plusieurs tonnes par jour, contre seulement quelques centaines de kilogrammes par jour dans le cas d'un retraitement en six mois.

De plus le retraitement lent permet un découplage entre le coeur nucléaire et l'unité de retraitement. Celui-ci est en effet réalisé sur de petites quantités distinctes, et non en continu, ce qui est source de simplification. Cela permet un contrôle des opérations plus facile tout en laissant le coeur moins sensible à d'éventuels problèmes de l'unité de retraitement.

La figure 1 est une représentation générale de ce que peut être le retraitement lent. Certaines étapes de ce schéma général, comme le stockage du protactinium, peuvent être écartées tout en gardant l'intérêt premier du retraitement. De même, le neptunium extrait à la première fluoration et les autres TRansUranien peuvent être soit réinjectés dans le coeur, soit gérés séparément. La première solution a l'avantage d'être une configuration "incinératrice" puisque tous les TRU sont gardés en coeur. La seconde permet quant à elle de diminuer sensiblement la production d'américium, de curium et d'autres éléments plus lourds.

Le temps mis pour nettoyer le sel et le réinjecter peut être considérablement allongé sans trop augmenter les inventaires hors coeur. En effet, si le temps nécessaire pour retraiter le volume du coeur est identique au temps de réinjection du sel, il y a alors autant de sel hors du coeur qu'à l'intérieur. Il peut ainsi s'écouler 6 mois entre l'extraction du sel combustible et sa réinjection dans le coeur, une fois débarrassé de ses PF. L'inventaire de matière fissile n'est cependant pas augmenté grâce à la possibilité d'extraction de l'uranium par une étape préliminaire

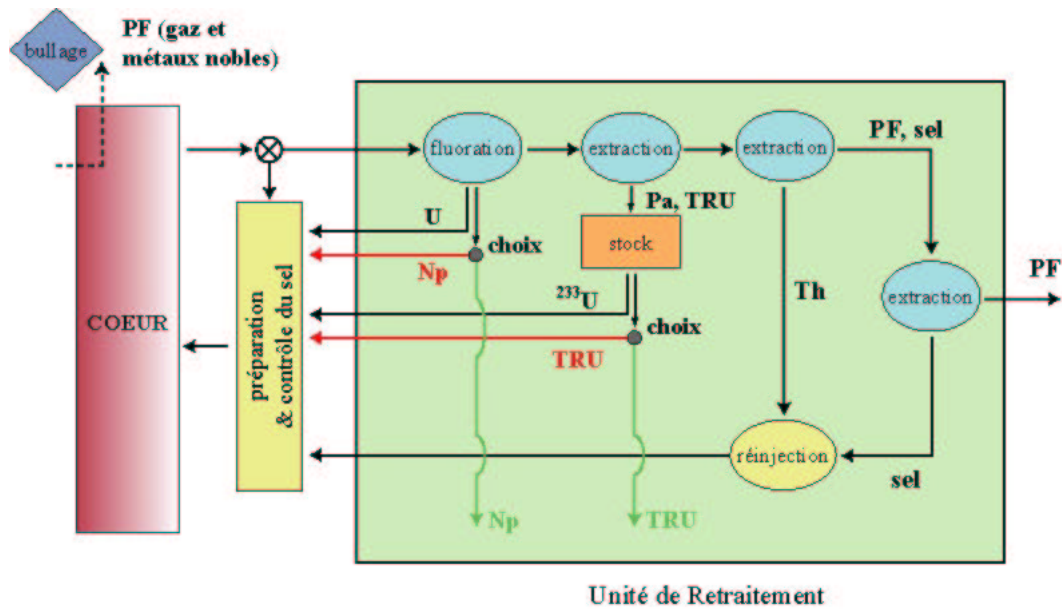


FIG. 1 – Schéma général du retraitement lent

de fluoration. Nous considérons dans le cas du retraitement lent les efficacités d'extraction comme très bonnes (égales à 1 pour les calculs) en raison du temps disponible pour effectuer ces opérations.

Il est prématuré de dire qu'un tel retraitement résout les problèmes de faisabilité, mais il est toutefois possible d'affirmer que la simplification du système amène à une faisabilité plus grande. Reste alors à connaître l'impact de ce retraitement sur les autres contraintes, en particulier sur la régénération et les coefficients de température.

2.1.2 Impact du temps de retraitement

Le tableau 1 montre le taux de régénération après mise à l'équilibre pour différentes configurations de retraitement appliquées à la configuration de réacteur décrite précédemment. La meilleure est celle du retraitement MSBR et la pire est caractérisée par l'absence de tout retraitement autre que le bullage en cœur et la récupération de l' ^{233}U de la couverture.

Dans le tableau, le retraitement MSBR est mentionné comme "rapide (10 jours)" en raison de la vitesse d'extraction du protactinium. Cependant, l'extraction des PF est partielle ce qui équivaut à un temps de retraitement plus long (50 jours pour les PF les plus capturants). L'option "bullage seul" est quant à elle mise à l'écart en raison de profondes différences avec les autres configurations qui rend la comparaison délicate (pas d'état d'équilibre, résultats donnés après 100 ans de fonctionnement).

Pour un temps de retraitement variant de 3 mois à 2 ans, on constate une diminution du taux de régénération d'environ 0.06. Pour ces quatre configurations, la proportion de protactinium stockée hors flux est respectivement de 30%, 20%, 10% et 5%. Cependant, la variation de taux de régénération est en majorité causée par la variation du taux de capture des PF, et des TRU dans une moindre mesure. En revanche, avec un re-

retraitement	taux de régénération	dk/dT (pcm/°C)
rapide (10 jours)	1.062	-2.25
lent (3 mois)	1.024	-2.37
lent (6 mois)	1.000	-2.36
lent (1 an)	0.986	-2.39
lent (2 ans)	0.961	-2.50
bullage seul	0.562	-2.2

TAB. 1 – Taux de régénération et coefficient de température pour différents retraitements. L'erreur statistique des coefficients de température est inférieure à 0.05 pcm/°C

traitement rapide, 80% du Pa est stocké hors flux et ceci est la cause directe de la bonne régénération du système, bien avant les PF et les TRU. Ainsi, à moins d'être extrait rapidement, le Pa n'intervient que de manière minoritaire dans la problématique de la régénération.

On connaît maintenant la marge de manoeuvre autorisée par le retraitement puisqu'un doublement du temps de retraitement entraîne une diminution de ce taux d'environ 0.02. Précisons toutefois que cette dégradation de la régénération est trois fois plus faible dans le cas de configurations à spectre neutronique rapide, lorsque la proportion de graphite en cœur est plus faible.

Il est important de noter que le retraitement a un impact modéré sur les coefficients de température, comme indiqué dans le tableau. Cela signifie que temps de retraitement et sûreté peuvent en première approximation être considérés comme découplés.

2.1.3 Destination des TRansUranien

Comme précisé précédemment, les TRU peuvent être soit ré-injectés en coeur soit être gérés indépendamment (dans des réacteurs sous-critiques, des réacteurs à neutrons rapides, ou en stockage). Ce choix a un impact sur les capacités de régénération comme présenté dans le tableau 2. En effet, même si certains fissionnent, ils dégradent la balance neutronique à cause de leurs taux de capture élevés. Dans la configuration auto-incinératrice, les TRU les plus capturants atteignent un équilibre en une trentaine d'années et détériorent plus fortement la balance neutronique.

Ce même tableau indique également l'impact des TRU sur les coefficients de température. On observe ainsi une légère amélioration lorsqu'ils sont gardés en coeur. Cela est dû au durcissement du spectre qu'ils engendrent et sera expliqué plus avant dans la partie 2.2.

Signalons que pour une configuration à spectre neutronique rapide, l'impact de la réinjection des TRU est moins sensible, tant au niveau du taux de régénération que des coefficients de température.

retraitement	taux de régénération	dk/dT (pcm/°C)
TRU extraits	1.000	-2.36
TRU réinjectés	0.987	-3.12

TAB. 2 – Régénération et coefficient de température en fonction de la destination des TRU. L'erreur statistique des coefficients de température est inférieure à 0.05 pcm/°C

L'extraction des TRU présente cependant un avantage en terme de production de déchets. Lorsqu'ils sont soumis à un flux de neutrons, ils forment progressivement des quantités non négligeables d'éléments très lourds comme le curium. En effet, le rapport entre la section efficace de capture et celle de fission n'est pas très favorable à l'incinération dans ce type de réacteur en raison de son spectre neutronique épithermique. En retirant ces éléments du coeur on extrait de plus grandes quantités de neptunium, qui se forme en permanence par capture sur l'²³⁶U, mais on réduit les taux de production des autres actinides, comme on peut le constater sur le tableau 3. Le but de cette opération est d'obtenir des TRU plus facilement gérables, en vue de leur insertion dans un combustible de Réacteur à Neutrons Rapides. En l'absence d'un tel débouché pour les TRU, cette option est sans intérêt.

	TRU réinjectés (inventaire)	TRU extraits (inventaire) (flux de sortie)	
Np	105 kg	15 kg	4.3 kg / TWh
Pu	265 kg	2.7 kg	770 g / TWh
Am	7.2 kg	0.5 g	0.14 g / TWh
Cm	17.5 kg	0.1 g	30 mg / TWh

TAB. 3 – Productions et inventaires de TRU après 100 ans en fonction de leur destination lors d'un retraitement en 6 mois. Le calcul des flux de sortie est réalisé sur la base d'une production de 7 TWh par an.

2.2 Influence de la taille des canaux

La taille des canaux de sel est un paramètre fondamental du réacteur. Elle fixe en effet le rapport de modération puisque la taille des hexagones est gardée constante dans toutes nos études. La variation du rayon des canaux permet donc de modifier le comportement du coeur entre un spectre neutronique très thermalisé et un spectre assez rapide.

Les deux possibilités extrêmes correspondent respectivement à un grand nombre de très petits canaux, et à un unique gros canal de sel. Dans cette dernière configuration, il n'y a plus de graphite dans les hexagones et le coeur est constitué d'un seul canal. Afin de pouvoir comparer les résultats avec les autres configurations, les hexagones sont alors considérés comme des canaux de sel de surface équivalente (rayon des canaux : 13.6 cm).

Pour les configurations dont les rayons de canaux sont supérieurs ou égaux à 10 cm, il est indispensable de remplacer le graphite des réflecteurs axiaux par un matériau moins modérateur (du carbure de zirconium par exemple). Dans le cas contraire, les fissions désertent l'intérieur du coeur pour se concentrer massivement au voisinage des réflecteurs.

Comme on peut le voir sur la figure 2, le rayon des canaux a un impact fort sur la plupart des contraintes ².

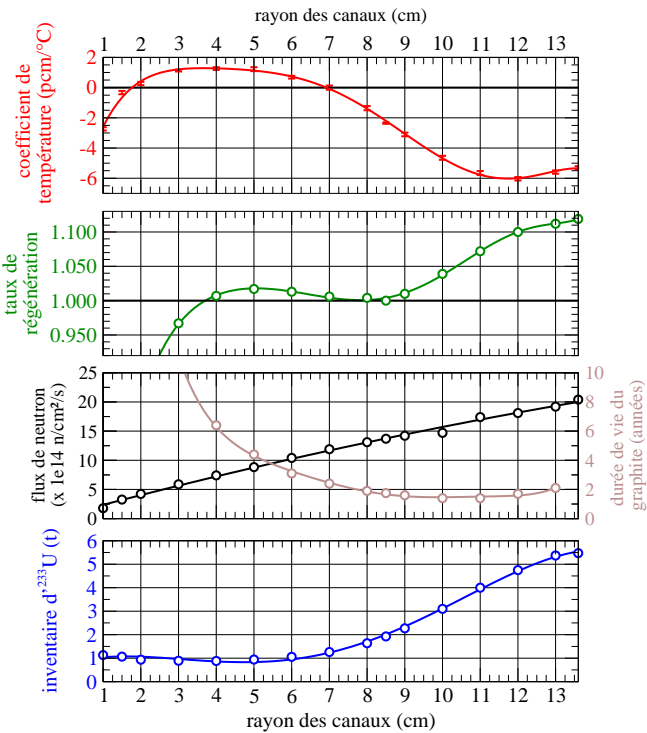


FIG. 2 – Influence du rayon des canaux sur quatre des cinq contraintes (configuration : rayon variable, 20 m³ de sel, 630°C, 22% de (NL)F₄)

² Le rapport de modération peut apparaître comme un paramètre plus universel, mais il est, comme le rayon des canaux, dépendant d'autres paramètres. Suivant la densité des matériaux en présence ou la taille des hexagones, un même rapport de modération peut donner des résultats différents.

2.2.1 Contrainte de sûreté

L'étude des coefficients de température nécessite d'analyser finement les spectres neutroniques mis en jeu. Ceux-ci sont donc représentés sur la figure 3 pour différentes tailles de canaux jusqu'à la configuration en canal unique. Les résonances dans les sections efficaces des matériaux présents en coeur ont un impact fort sur le comportement neutronique du réacteur. On peut distinguer les résonances principales : fission de ^{235}U vers 2 eV, capture de ^{238}U à 5 eV, capture du ^{232}Th près de 22 eV et enfin diffusion sur le ^{19}F vers 25, 50 et 100 keV.

Comme indiqué sur la figure 2, le coefficient de température total devient assez fortement négatif au fur et à mesure du durcissement du spectre. Cette évolution est due aux variations conjointes des trois sous-coefficients Doppler, densité et graphite, comme on peut le voir sur la figure 4.

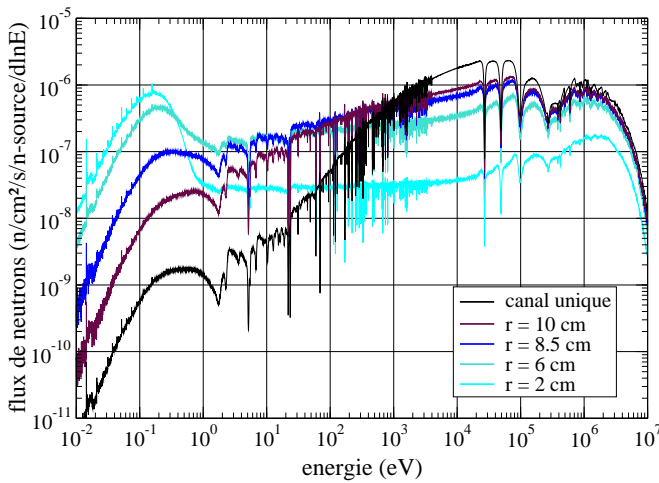


FIG. 3 – Spectres neutroniques en fonction du rayon des canaux (configuration : rayon variable, 20 m³ de sel, 630°C, 22% de (NL)F₄)

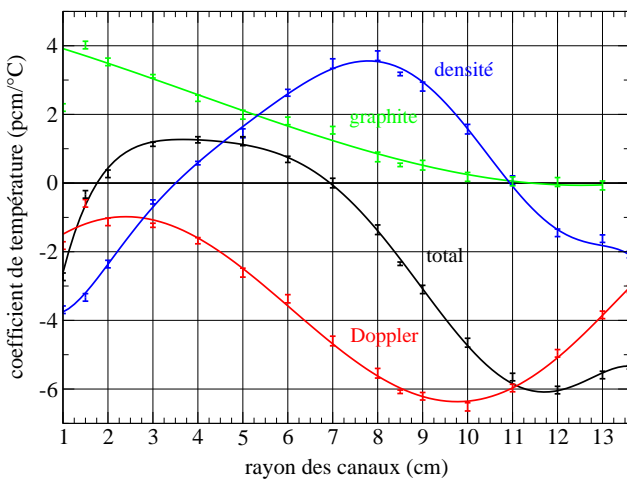


FIG. 4 – Décomposition du coefficient de température total en fonction du rayon des canaux (configuration : rayon variable, 20 m³ de sel, 630°C, 22% de (NL)F₄)

Le coefficient Doppler est lié aux résonances de fission de ^{235}U et de capture du ^{232}Th (et dans une moindre mesure de ^{238}U). Ces deux éléments ont des effets antagonistes sur le coefficient de température, ^{235}U le dégradant et le ^{232}Th l'améliorant. L'agitation thermique des noyaux du sel engendre un élargissement de ces résonances et leur effet s'en trouve augmenté. La valeur du coefficient Doppler dépend du niveau de flux dans lequel se situent ces résonances. Lorsque le spectre se durcit, le flux à haute énergie est plus important que celui à basse énergie, et les résonances du thorium sont favorisées (résonance principale située à 22 eV contre 2 eV pour ^{235}U). Le coefficient Doppler devient alors plus fortement négatif. Au delà d'un certain durcissement du spectre, les plus grandes résonances du thorium et de l'uranium se retrouvent toutes dans un flux faible et leur importance en est diminuée. Cela explique la dégradation du coefficient Doppler à grands rayons.

Le coefficient densité provient de la dilatation du sel qui provoque l'éjection d'une partie du combustible hors de la zone modérée. Cela a pour conséquence une meilleure thermalisation des neutrons par augmentation de la proportion graphite/sel, et ce faisant une augmentation du taux de fission. L'effet est faible aux petits rayons où la thermalisation est déjà très efficace, et où il est contrebalancé par les captures dans le graphite. Aux grands rayons, la partie thermique du spectre n'intervient presque plus dans le bilan neutronique et les effets de fuites se font sentir plus fortement. Le coefficient de densité peut devenir négatif quand les effets de captures dans le graphite (petits rayons, grande proportion de graphite) ou de fuites (grands rayons, spectre neutronique rapide) dominent les effets de thermalisation.

Le coefficient graphite, quant à lui, provient d'un décalage en énergie de la partie thermique du spectre neutronique (vers 0.2 eV) dû à l'échauffement du modérateur. Ce décalage conduit alors à une augmentation du taux de fission à cause d'une petite résonance à basse énergie (0.3 eV) dans la section efficace de fission de ^{235}U [4]. L'impact sur la sûreté s'amointrit à mesure que la quantité de graphite en coeur diminue et que l'influence de la partie thermique du spectre est faible (voir spectres neutroniques sur la figure 3).

2.2.2 Contrainte de régénération

Les capacités de régénération varient fortement en fonction de la taille des canaux. Ces variations sont explicables d'une part par le nombre de neutrons disponibles et d'autre part par l'augmentation des pertes pour les configurations à petits rayons de canaux. Le nombre de neutrons disponibles représente le nombre de neutrons restant après assuré la réaction en chaîne et la régénération. Il est défini par :

$$N_d = \nu - 2(1 + \alpha)$$

avec α le rapport entre les sections efficaces moyennes de capture et de fission de ^{235}U . Ces neutrons disponibles se répartissent alors principalement dans les captures parasites et les captures supplémentaires dans le thorium (surgénération).

N_d atteint un minimum aux alentours de $r = 9$ cm en raison des variations de α avec le spectre neutronique. Pour les petits rayons, de nombreux neutrons sont perdus dans le graphite

compte tenu de la forte proportion de celui-ci, ce qui explique la chute brutale du taux de régénération.

2.2.3 Contrainte de tenue des matériaux

Les sections efficaces moyennes diminuent drastiquement lorsque le spectre neutronique se durcit. L'augmentation de l'inventaire ne compensant pas cette perte, il est nécessaire d'augmenter le flux neutronique pour garder une puissance constante.

Si ce phénomène est linéaire, il n'en est pas de même pour la tenue du graphite en coeur, comme montré sur la figure 2. Il faut cependant souligner plusieurs points :

- Le graphite du centre est soumis à un flux plus important que celui de la périphérie. La durée de vie indiquée n'est qu'une moyenne sur l'ensemble du coeur.
- La fluence maximale dans le graphite diminue lorsque la température augmente, et celle-ci n'est pas uniforme. Le graphite étant chauffé par le rayonnement gamma et refroidi par le sel, la température est maximum entre deux canaux et minimum à la paroi. De plus cet écart est d'autant plus important que les canaux sont éloignés. Cela signifie que la fluence maximale autorisée pour des configurations à faibles rayons de canaux devrait être inférieure à celles à larges rayons de canaux.

De manière générale, le flux dans le graphite est directement lié au flux dans le sel, et l'augmentation de ce dernier réduit la durée de vie du graphite. Cette durée de vie est ainsi considérablement plus faible aux grands rayons de canaux qu'aux petits.

On remarquera que la courbe de tenue du graphite n'est pas prolongée jusqu'à la configuration en canal unique puisqu'il n'y a alors plus de graphite à l'intérieur du coeur (hormis celui de la couverture). Cette configuration a ainsi l'avantage de résoudre presque totalement les problèmes de tenue du graphite à l'irradiation.

2.2.4 Contrainte de l'inventaire en coeur

Pour obtenir un réacteur critique, il est nécessaire d'ajuster l'inventaire de matière fissile lorsqu'on durcit le spectre neutronique. En effet, les sections efficaces moyennes de fission de ^{233}U et de capture du ^{232}Th diminuent avec l'énergie des neutrons mais cette diminution n'est pas identique pour les deux isotopes. On peut distinguer sur la figure 2 deux régimes de fonctionnement différents :

- Aux faibles rayons de canaux, cette baisse est sensiblement identique pour ces deux isotopes et l'inventaire nécessaire évolue peu.
- A plus grands rayons, au delà de 7 cm, la section efficace moyenne de fission de ^{233}U diminue plus vite que celle de capture du ^{232}Th ce qui conduit à une augmentation sensible de l'inventaire.

2.3 Influence du volume de sel

La puissance par unité de volume de sel (puissance spécifique) est un paramètre déterminant du comportement d'un réacteur. Pour la configuration de référence, cette puissance se

monte à environ 250 W/cm^3 pour le sel en coeur. Modifier ce paramètre peut se faire de deux manières différentes : en changeant le volume du combustible à puissance constante ou en changeant la puissance totale du réacteur à volume constant. Ces deux options ont des résultats assez similaires et seule la première est présentée dans cet article.

Etant donné que l'on considère le flux de Noyaux Lourds comme un paramètre déterminant de la faisabilité des processus chimiques, le temps de retraitement est ajusté de manière à garder ce flux constant d'un système à l'autre. Ainsi un volume double de sel conduit à un retraitement du coeur deux fois plus long. L'effet du volume sur les différentes contraintes est assez simple, comme le montre la figure 5.

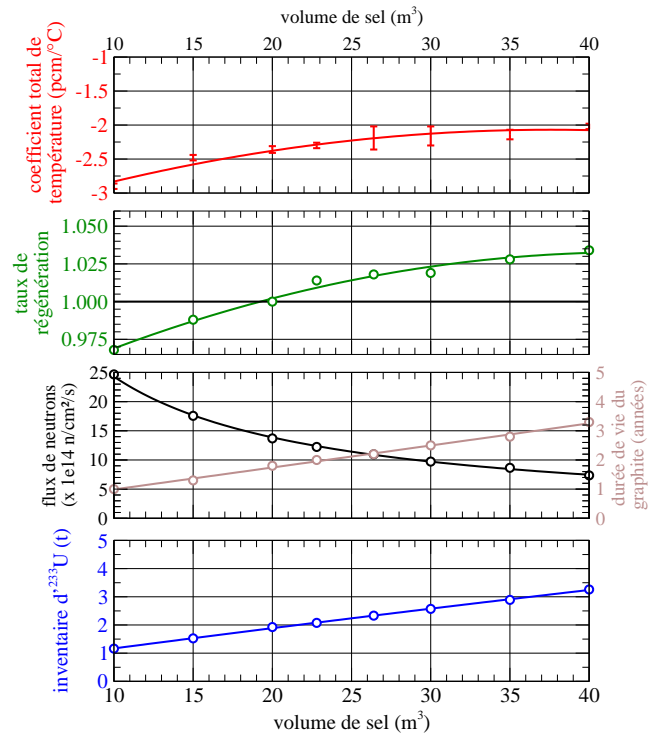


FIG. 5 – Influence du volume de sel sur quatre des cinq contraintes (configuration : $r = 8.5 \text{ cm}$, volume variable, 630°C , 22% de (NL) F_4)

La taille n'a pas d'impact très significatif sur les coefficients de température puisque le spectre neutronique reste quasiment inchangé d'une taille à l'autre. La légère évolution du coefficient est engendrée par la variation des fuites neutroniques, plus importantes pour les réacteurs de petite taille.

L'évolution du taux de régénération par augmentation du volume de sel est principalement due à deux effets : la variation des fuites neutroniques et le changement de puissance spécifique, les pertes dues au Pa dépendant directement de cette dernière. Les taux de capture des PF participent peu à cette évolution. En effet, contrairement au Pa dont l'inventaire est gouverné principalement par sa rapide décroissance radioactive, leur concentration d'équilibre dépend du temps de retraitement. Or l'allongement de celui-ci compense exactement la diminution de la puissance spécifique.

Le flux de neutrons en coeur est directement lié à la puis-

sance spécifique et la durée de vie du graphite évolue en conséquence. De même, l'inventaire en coeur dépend du volume mais le phénomène n'est pas directement proportionnel en raison de la variation des fuites neutroniques.

Un dernier aspect important concerne la contrainte de thermohydraulique. L'évacuation de la puissance thermique se faisant par le combustible, celui-ci doit circuler dans les échangeurs. Or il est indispensable de limiter le volume de sel externe pour pouvoir piloter le réacteur en raison de la migration hors du flux des précurseurs de neutrons retardés. Dans nos études ce volume représente 1/3 du volume total. L'évacuation de la chaleur est d'autant plus difficile que la puissance spécifique est élevée. Les réacteurs de petit volume et/ou de grande puissance sont donc défavorisés de ce point de vue là.

2.4 Influence de la composition du sel

2.4.1 Suppression du béryllium

Le sel joue par définition un rôle central dans les RSF. Servant à la fois de solvant du combustible, de modérateur et de caloporteur, il doit posséder de nombreuses caractéristiques spécifiques, tant neutroniques que chimiques, hydrauliques ou thermiques. Tout comme le MSRE, le projet MSBR était basé sur un sel de fluorure pour ses bonnes propriétés neutroniques (taux de capture et pouvoir modérateur) en spectre thermique. Le lithium a été choisi pour les mêmes raisons, et le béryllium parce qu'il permettait d'abaisser le point de fusion jusqu'à 490°C. La composition retenue était donc 71.7% LiF - 16% BeF₂ - 12.3% (NL)F₄³.

Le premier pas dans l'étude de l'influence de la composition du sel a été de supprimer le béryllium du sel en se ramenant à l'eutectique 78% LiF - 22% (NL)F₄. Toutes les études présentées jusqu'ici ont été réalisées sur cette base. La suppression du béryllium est principalement motivée par des problèmes de chimie, de toxicité et d'approvisionnement. La proportion de Noyaux Lourds de l'eutectique varie fortement, et sa température augmente de 490 °C à 565 °C⁴. Cette augmentation de température reste limitée et semble supportable avec les matériaux de structure habituellement utilisés. La hausse sensible de la proportion de Noyaux Lourds ayant un impact fort sur l'inventaire en coeur et sur la régénération, nous avons décidé d'abaisser le volume de sel de 40 m³ (MSBR) à 20 m³ (configuration de référence de ces études) en vue d'obtenir des réacteurs contenant la même quantité de Noyaux Lourds et ayant ainsi un comportement neutronique similaire.

La suppression du béryllium a un impact sur les cinq contraintes. La présence d'un composant ternaire dans le sel semble compliquer la chimie du retraitement, le risque étant que cet élément soit extrait à la place des éléments à retirer. Ainsi l'utilisation du sel LiF - (NL)F₄ pourrait simplifier, et par là même rendre plus faisable, le retraitement du combustible. L'impact sur les autres contraintes est présenté dans le tableau 4. Le spectre est plus dur avec le sel binaire en raison

de la plus grande proportion de NL. Cela se traduit directement par une amélioration du coefficient de température et une augmentation de l'inventaire. L'évolution du taux de régénération est due conjointement à l'augmentation de la proportion de NL (effet positif) et de la puissance spécifique (effet négatif). Ce dernier point implique également une augmentation du flux de neutrons, ce qui, combiné à un spectre de neutrons plus rapide, entraîne une forte détérioration de la tenue du graphite.

	LiF-BeF ₂ (40 m ³)	LiF (20 m ³)
coeff. de température (pcm/°C)	-1.57	-2.36
taux de régénération	1.009	1.000
flux de neutrons (x10 ¹⁴ n/cm ² /s)	8.6	13.7
durée de vie du graphite (années)	3.3	1.8
inventaire en ²³³ U(kg)	1650	1925

TAB. 4 – Contraintes en fonction du type de sel servant de solvant au combustible. L'erreur statistique des coefficients de température est inférieure à 0.05 pcm/°C (configuration : r = 8.5 cm, volume variable, 630°C, proportion de (NL)F₄ variable)

La suppression du béryllium a également un avantage non négligeable qui ne dépend pas des contraintes que nous avons définies dans cet article. La production de tritium dans un système comme le MSBR provient d'une réaction (n,nt) sur le ⁷Li et (n,t) sur le ⁶Li, à hauteur de 2/3 et 1/3 respectivement [4]. Le lithium utilisé est enrichi à 99.995% en ⁷Li, et le ⁶Li est rapidement consommé, à moins d'être régénéré par la réaction (n,α) sur le ⁹Be. La suppression du béryllium permet d'éviter cette régénération et de réduire ainsi la production de tritium.

2.4.2 Etude du sel LiF - (NL)F₄

Élévation de température : Il est possible de faire varier la proportion de Noyaux Lourds du sel binaire utilisé. D'un point de vue physico-chimique, le point de fusion s'en trouve augmenté, jusqu'à 845°C pour le LiF pur. Les matériaux de structure habituellement utilisés ne peuvent pas supporter une telle hausse de température. En revanche, de nouvelles options prometteuses à base de carbone (carbone-carbone, fibres de carbone, carbures) pourraient résoudre ce problème [12]. Si cette technologie peut être mise en oeuvre, alors le paramètre sur la proportion de NL est un paramètre modifiable.

	630°C	1030°C
coeff. de température (pcm/°C)	-2.36	-1.00
taux de régénération	1.000	1.026
flux de neutrons (x10 ¹⁴ n/cm ² /s)	13.7	9.6
durée de vie du graphite (années)	1.8	1.2
inventaire en ²³³ U (kg)	1925	1630

TAB. 5 – Contraintes en fonction de la température moyenne du sel combustible. L'erreur statistique des coefficients de température est inférieure à 0.05 pcm/°C (configuration : r = 8.5 cm, 20 m³ de sel, température variable, 22% de (NL)F₄)

³ La composition réellement utilisée par nos études avec ce type de sel [4] est le 70% LiF - 17.5% BeF₂ - 12.5% (NL)F₄.

⁴ Afin de faciliter la comparaison et compte tenu de la faible variation de température, les études avec le sel 78% LiF - 22% (NL)F₄ ont été réalisées à la même température que les précédentes [3, 4], soit 630°C.

Etant donné l'augmentation de température imposée par ce changement de sel nous nous plaçons à 1030°C pour toutes les configurations. Nous allons donc préalablement étudier l'influence de cette hausse de température sur la configuration classique, avant de passer à l'étude sur la proportion de NL dans le sel à 1030°C.

A cette température, le rendement thermodynamique est supposé passer de 40% à 60% ce qui influe sur la puissance thermique du réacteur : 1666 MWth au lieu de 2500 MWth pour produire 1000 MWe. De même la densité du sel diminue de 4.3 à 3.89 par simple effet de dilatation. L'impact de cette augmentation de température sur les contraintes est présenté dans le tableau 5.

Le changement de densité du sel influe directement sur le rapport de modération et a pour effet de mieux thermaliser le spectre neutronique. Cela engendre, pour un rayon de canaux de 8.5 cm, une dégradation du coefficient de température (phénomène similaire à celui montré sur la figure 4). De même, cette légère thermalisation amène à une section efficace de fission de l' ^{233}U plus élevée et ainsi un inventaire nécessaire moins important. Le taux de régénération est, quant à lui, amélioré par la baisse de la puissance spécifique qui agit directement sur les taux de captures parasites (PF et Pa principalement). Celle-ci agit également sur le flux de neutrons et donc la tenue de vie du graphite. Cependant, à cette température, la fluence limite supportée par le graphite est grandement réduite et passerait ainsi de 2.10^{22} n/cm² à 10^{22} n/cm² [8]. La durée de vie du graphite est donc raccourcie malgré la diminution du flux neutronique.

Influence de la proportion de Noyaux Lourds : Une fois connu l'effet du passage de 630°C à 1030°C, il devient possible de s'intéresser à l'impact de la proportion de NL. Comme lors du changement de composition du sel, il est utile de garder la quantité totale de NL constante. Ainsi les sels à faibles proportions de NL auront des volumes plus importants. Cette caractéristique rend potentiellement intéressantes ces nouvelles configurations du point de vue de l'évacuation de la puissance thermique. On garde tout de même un retraitement du cœur en 6 mois puisqu'alors le flux de NL à retraiter est identique pour toutes les configurations. Le sel composant la couverture en thorium n'est quant à lui pas modifié. La densité et le coefficient de dilatation du sel combustible étant des paramètres cruciaux, ils sont indiqués dans le tableau 6 [11].

La tenue du graphite étant directement liée à la puissance spécifique, et l'inventaire étant gardé constant, ces contraintes présentent peu d'intérêt dans cette étude. On se concentrera donc plus particulièrement sur les contraintes de sûreté et de régénération. Plutôt que de présenter l'impact de la proportion de NL pour une configuration de référence ($r = 8.5$ cm, 20 m³ de sel) comme il a été fait auparavant, nous allons présenter l'impact du rayon des canaux pour différentes proportions de NL. Cette représentation différente nous permettra de mieux comprendre les phénomènes mis en jeu. Les résultats de cette étude sont présentés sur les figures 6 et 7.

Lors du retraitement tel que décrit sur la figure 1, il est nécessaire de retirer le thorium afin de pouvoir extraire les PF du sel. Cette étape est un point clé du retraitement et est facilitée si la proportion de NL dans le sel est faible.

	22%	10%	5%	2%
volume de sel (m ³)	20	36.8	67.2	155
densité	3.89	2.85	2.33	1.98
coefficient de dilatation ($\times 10^{-4}/^\circ\text{C}$)	10	10	9	8

TAB. 6 – Caractéristiques du système en fonction du pourcentage de (NL)F₄

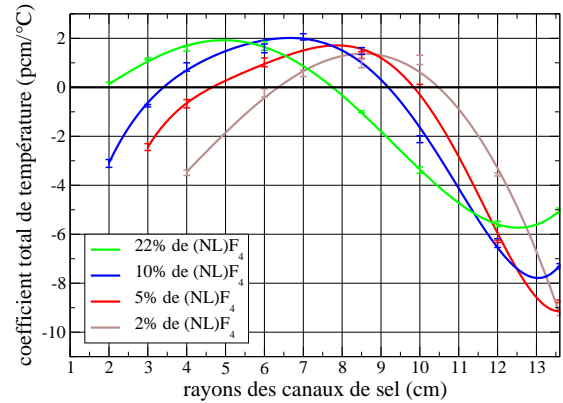


FIG. 6 – Coefficient de température en fonction du rayon des canaux, pour plusieurs proportions de (NL)F₄ (configuration : rayon variable, volume variable, 1030°C, proportion de (NL)F₄ variable)

De plus, lorsque cette proportion diminue, les neutrons diffusent plus longtemps avant de rencontrer un élément fissile ou fertile (principaux responsables des absorptions de neutrons). Cela conduit directement à obtenir un spectre neutronique plus thermalisé, comme indiqué sur la figure 8. Ainsi, des configurations à proportion de NL faibles se comporteront de manière similaire à des configurations utilisant une proportion de 22% de (NL)F₄ mais dont les canaux sont plus petits.

Cette thermalisation supplémentaire est la principale cause de l'évolution des coefficients de température. Et la différence visible pour les configurations à canal unique de sel semble due principalement à l'amélioration du sous-coefficient Doppler. De la même manière, les courbes de régénération sont similaires d'un sel à l'autre mais on constate deux effets. Le premier effet est lié au changement de thermalisation, et le second à une dégradation du taux de régénération lorsque la proportion de NL diminue. Cela est dû à l'augmentation des taux de captures des éléments légers du sel sur lesquels les neutrons diffusent plus longtemps.

3 Discussion générale

Les différentes études qui ont été menées permettent de mieux comprendre le fonctionnement d'un RSF. La recherche de configurations de réacteur, que ce soit d'un démonstrateur ou d'un réacteur électrogène, demande de satisfaire un certain nombre de contraintes. Pour ce faire, il faut pouvoir combiner les différentes études présentées dans cet article et extrapoler

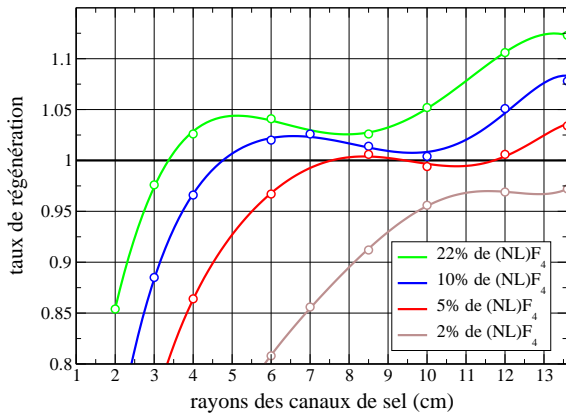


FIG. 7 – Taux de régénération en fonction du rayon des canaux, pour plusieurs proportions de (NL)F₄ (configuration : rayon variable, volume variable, 1030°C, proportion de (NL)F₄ variable)

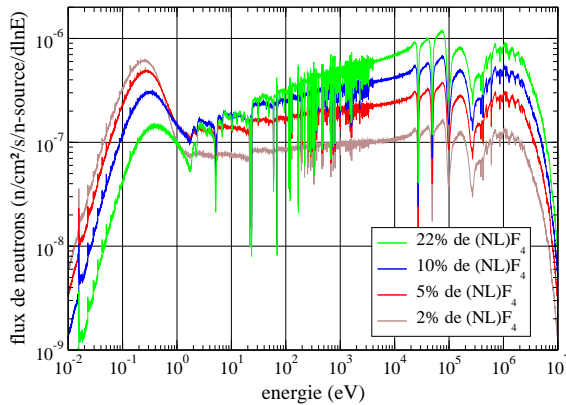


FIG. 8 – Spectres neutroniques en fonction de la proportion de (NL)F₄ (configuration : $r = 8.5$ cm, volume variable, 1030°C, proportion de (NL)F₄ variable)

les résultats. Les paramètres n'étant pas indépendants les uns des autres, il convient d'être prudent dans cette approche.

Essayons de parcourir les diverses configurations de réacteurs possibles. Par souci de simplification, on ne tiendra pas compte dans un premier temps du paramètre concernant la composition du sel. Le sel considéré est donc le 78% LiF - 22% (NL)F₄ à une température moyenne de 630 °C.

Comme l'aspect de sûreté est un point incontournable du design d'un réacteur nucléaire, on considère cette contrainte comme obligatoirement satisfaite. De plus, on ne s'intéresse qu'aux configurations dont le coefficient total, et pas seulement le coefficient concernant le sel, est négatif. Excepté par une réduction drastique de la taille du réacteur, qui conduirait à une augmentation importante du flux neutronique, ce coefficient total n'est négatif que pour des spectres soit très thermalisés soit rapides.

La première option implique un inventaire en matière fissile et un niveau de flux faibles. Soumis à un tel flux, le graphite est

peu endommagé et sa durée de vie est raisonnablement longue. En revanche, les captures dans le modérateur détériorent grandement le taux de régénération. Si un concept de réacteur ne nécessite pas d'être régénérateur, alors cette configuration très thermalisée peut lui convenir.

L'option des spectres neutroniques rapides amène à une réelle difficulté concernant la tenue du graphite, dont la durée de vie est de l'ordre d'une année. Plusieurs possibilités permettent de traiter ce problème.

- Une diminution de la puissance spécifique du réacteur (par augmentation de la taille et/ou diminution de la puissance totale) conduit directement à une baisse du niveau de flux et par là même à un allongement de la vie du graphite. En revanche, cette solution augmente d'autant l'inventaire de matière fissile nécessaire par GW électrique, sans pour autant apporter de solutions très satisfaisantes au problème du graphite.
- L'absence de graphite modérateur de la configuration à canal unique de sel permet de résoudre ce problème, le graphite en périphérie du cœur étant beaucoup moins sollicité. Toutefois cette configuration induit le spectre neutronique le plus rapide et nécessite donc l'inventaire en matière fissile le plus important (entre 5 et 6 tonnes d'²³³U). Il est cependant possible d'augmenter la puissance spécifique pour diminuer l'inventaire nécessaire par GW électrique.
- Il est peut-être possible d'utiliser un matériau dont la structure est beaucoup moins sensible à l'irradiation que le graphite. Dès lors, l'espace des configurations pour des rayons de canaux entre 6 cm et 13 cm ne serait plus interdit.

Enfin, le fort taux de régénération obtenu grâce au spectre neutronique rapide permet plus de souplesse dans le retraitement. En particulier, le temps de retraitement de l'ensemble du cœur peut être fortement allongé. La configuration présentée avec un unique canal de sel peut même se passer de retraitement (hormis le système de bullage et de récupération de l'uranium de la couverture) tout en restant régénérateur pendant les 20 premières années. Le remplacement ou retraitement de l'ensemble du sel combustible pourrait alors être envisagé après ce laps de temps. Si un retraitement en 6 mois est gardé, il est alors possible de se passer de couverture en thorium tout en gardant la régénération. Cela permettrait de simplifier singulièrement le schéma du réacteur. Signalons enfin qu'avec un spectre rapide, la réinjection des TRansUranien dans le cœur est intéressante, tant en terme de régénération (faibles pertes) qu'en terme de production de déchets (bonnes capacités d'incinération).

Si elle est possible, l'augmentation de température à plus de 1000 °C a de nombreuses répercussions positives sur les contraintes, notamment par le biais de l'augmentation du rendement thermodynamique. En revanche, elle amène une meilleure thermalisation du sel et cet effet doit être pris en compte.

De plus cela ouvre la voie des compositions de sel à faible teneur en Noyaux Lourds. Le comportement des réacteurs est sensiblement identique pour ces compositions qu'avec 22% de (NL)F₄. En particulier, il faut toujours des spectres très therma-

lisés ou rapides pour obtenir des coefficients négatifs. Cependant cela correspond à des configurations différentes de réacteurs en raison de la thermalisation augmentée par les noyaux légers du sel. De plus, les taux de capture de ces éléments légers dégradent le taux de régénération et laissent une marge de manoeuvre nettement inférieure à ce qu'on obtenait avec une configuration plus riche en NL. L'intérêt fondamental de ce paramètre est ailleurs. Il est en effet possible soit de garder une taille constante ce qui diminue l'inventaire mais pas la puissance spécifique, soit d'augmenter la taille ce qui diminue la puissance spécifique mais pas l'inventaire. Un compromis peut-être trouvé puisqu'une diminution de la puissance spécifique permet de faciliter l'évacuation de la puissance thermique, contrainte qu'il ne faut pas négliger.

Conclusions

Initialement proches de la configuration du MSBR, nos études nous ont conduit à élargir fortement nos investigations. Nous avons analysé l'impact de paramètres tels que le retraitement, le rapport de modération, la taille du coeur et la proportion de noyau lourds dans le sel, sur le comportement du coeur.

Nos résultats confirment le problème concernant les coefficients de température du MSBR. En spectre thermique, seules des investigations beaucoup plus poussées pour prendre en compte séparément l'effet du sel (coefficient de température négatif) et celui du graphite (qui rend le coefficient total positif) permettraient de définir un concept acceptable. Pour les spectres très thermalisés, les coefficients totaux sont négatifs grâce aux fortes pertes neutroniques dans le modérateur, mais cela conduit également à un très mauvais taux de régénération. Les spectres neutroniques épithermiques ou rapides apparaissent donc comme les plus intéressants puisqu'ils allient bons coefficients de température et taux de régénération satisfaisants. Ils engendrent cependant un sévère problème de tenue du graphite à l'irradiation. Dès lors, la suppression du bloc modérateur semble une option particulièrement séduisante.

Nos études nous ont fait découvrir un espace de possibilités bien plus étendu que prévu. De nombreuses options restent ainsi à explorer. En particulier, l'étude de nouveaux matériaux, que ce soit pour obtenir un modérateur plus résistant à l'irradiation ou pour permettre de fonctionner à haute température, est cruciale pour un développement encore plus intéressant du concept. L'évacuation de la puissance thermique du coeur est un autre point à surveiller puisqu'il a un impact sur le comportement du coeur par le biais de la puissance spécifique. Dans l'optique de faciliter la récupération de la chaleur, la composition du sel peut également être modifiée afin de diluer la matière fissile dans un volume de sel plus grand. De manière générale, changer de type de sel est possible, le concept de RSF pouvant facilement y être adapté.

Comme il reste de nombreux paramètres à étudier, d'autres solutions acceptables pourraient être trouvées. En particulier, des paramètres comme le type de sel, le matériau modérateur, la taille des hexagones du réseau ou le découpage du coeur en différentes zones pourront être étudiés plus spécifiquement. Compte tenu des résultats déjà obtenus, il est clair qu'il reste

beaucoup de configurations à explorer, autant par une recherche sur le sel et les matériaux que sur la neutronique et la géométrie.

Références

- [1] Generation-IV : <http://energy.inel.gov/gen-iv/>
- [2] M.W.Rosenthal et al., "Molten Salt Reactors - History, Status, and Potential Nuclear Applications and Technology", vol. 8 (1970)
- [3] D.Lecarpentier : "Le concept AMSTER, aspects physiques et sûreté", PhD thesis, Conservatoire National des Arts et Métiers, Paris (2001)
- [4] A.Nuttin et al. : Potential of Thorium Molten Salt Reactors : Detailed Calculations and Concept Evolution With a View to Large Scale Energy Production", Progress in Nuclear Energy, Vol.46, No.1, pp. 77-79 (2005)
- [5] EDF/DER : "Analyse critique du projet MSBR", HT-12/24/77
- [6] E.Walle, J.Finne, G.Picard, S.Sanchez, O.Conocar, J.Lacquement : "Molten Salt Reactors : Chemistry of Fuel Salt and Fuel Salt Cleanup", Global, New Orleans, USA (2003)
- [7] J.F.Briesmeister : "MCNP4B-A General Monte Carlo N Particle Transport Code", Los Alamos Laboratory report LA-12625-M (1997)
- [8] P.A.Platonov et al. : "Radiation damage and life-time evaluation of RBMK graphite stack", Kurchatov Institute
- [9] E.Merle et al. : "Etude des scénarios de déploiement mondial de l'électronucléaire", Note LPSC, Grenoble, France (2004)
- [10] E.Merle, L.Mathieu et al. : "Molten Salt Reactors and Possible Scenarios for Future Nuclear Power Deployment", Physor, Chicago, USA (2004)
- [11] I.Victor, E.Walle et al. : "Density of Molten Salt Reactor Fuel Salts", Nureth, Avignon, France (2005)
- [12] B.Tahon, Sgl Carbon Group, communications privées (2004)